

PEMODELAN KOLIMATOR DI RADIAL BEAM PORT REAKTOR KARTINI UNTUK BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY

Bemby Yulio Vallenry¹⁾, Andang Widiharto²⁾, Yohannes Sardjono³⁾

^{1,2)}Jurusan Teknik Fisika FT UGM Jln. Grafika 2 Yogyakarta 55281

³⁾Pusat Sains dan Teknologi Akselerator-BATAN (PSTA-BATAN) Jln. Babarsari Yogyakarta 6101

Email: bembyyuliov@gmail.com

Diterima editor 9 Desember 2013

Disetujui untuk publikasi 12 Februari 2014

ABSTRAK

PEMODELAN KOLIMATOR DI RADIAL BEAM PORT REAKTOR KARTINI UNTUK BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY. Salah satu metode terapi kanker adalah *Boron Neutron Capture Therapy* (BNCT). BNCT memanfaatkan tangkapan neutron oleh ^{10}B yang terendapkan pada sel kanker. Keunggulan BNCT dibandingkan dengan terapi radiasi lainnya adalah tingkat selektivitas yang tinggi karena tingkatannya adalah sel. Pada penelitian ini dilakukan pemodelan kolimator di *radial beam port* reaktor Kartini sebagai dasar pemilihan material dan manufature kolimator sebagai sumber neutron untuk BNCT. Pemodelan ini dilakukan dengan simulasi menggunakan perangkat lunak *Monte Carlo N-Particle* versi 5 (MCNP 5). MCNP 5 adalah suatu paket program untuk memodelkan sekaligus menghitung masalah transpor partikel dengan mengikuti sejarah hidup neutron semenjak lahir, bertranspor pada bahan hingga akhirnya hilang karena mengalami reaksi penyerapan atau keluar dari sistem. Pemodelan ini menggunakan variasi material dan ukurannya agar menghasilkan nilai dari tiap parameter-parameter yang sesuai dengan rekomendasi I *International Atomic Energy Agency* (IAEA) untuk BNCT, yaitu fluks neutron epitermal ($\Phi_{\text{epi}} > 1,0 \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$), rasio antara laju dosis neutron cepat dan fluks neutron epitermal ($\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}} < 2,0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$), rasio antara laju dosis gamma dan fluks neutron epitermal ($\dot{D}_\gamma/\Phi_{\text{epi}} < 2,0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$), rasio antara fluks neutron termal dan epitermal ($\Phi_{\text{th}}/\Phi_{\text{epi}} < 0,05$ dan rasio antara arus dan fluks neutron epitermal ($J/\Phi_{\text{epi}} > 0,7$). Berdasarkan hasil optimasi dari pemodelan ini, material dan ukuran penyusun kolimator yang didapatkan yaitu 0,75 cm Ni sebagai dinding kolimator, 22 cm Al sebagai moderator dan 4,5 cm Bi sebagai perisai gamma. Keluaran berkas radiasi yang dihasilkan dari pemodelan kolimator *radial beam port* yaitu $\Phi_{\text{epi}} = 5,25 \times 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, $\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}} = 1,17 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\dot{D}_\gamma/\Phi_{\text{epi}} = 1,70 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\Phi_{\text{th}}/\Phi_{\text{epi}} = 1,51$ dan $J/\Phi_{\text{epi}} = 0,731$. Berdasarkan penelitian ini, hasil optimasi 5 parameter sebagai persyaratan kolimator untuk BNCT yang keluar dari *radial beam port* tidak sepenuhnya memenuhi kriteria yang direkomendasikan oleh IAEA sehingga perlu dilakukan penelitian lebih lanjut agar tercapainya persyaratan IAEA.

Kata kunci: BNCT, *radial beam port*, MCNP 5, kolimator

ABSTRACT

MODELLING COLLIMATOR OF RADIAL BEAM PORT KARTINI REACTOR FOR BORON NEUTRON CAPTURE THERAPY. One of the cancer therapy methods is BNCT (Boron Neutron Capture Therapy). BNCT utilizes neutron nature by ^{10}B deposited on cancer cells. The superiority of BNCT compared to the radiation therapy is the high level of selectivity since its level is within cell. This study was carried out on collimator modelling in radial beam port of reactor Kartini for BNCT. The modelling was conducted by simulation using software of Monte Carlo N-Particle version 5 (MCNP 5). MCNP5 is a package of the programs for both simulating and calculating the problem of particle transport by following the life cycle of a neutron since its birth from fission reaction, transport on materials, until eventually lost due to the absorption reaction or out from the system. The collimator modelling used materials which varied in size in order to generate the value of each of the parameters in accordance with the recommendation of the IAEA, the epithermal neutron flux ($\Phi_{\text{epi}} > 1.0 \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$), the ratio between the neutron dose rate fast and epithermal neutron flux ($\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}} < 2.0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$), the ratio of gamma dose rate and epithermal neutron flux ($\dot{D}_\gamma/\Phi_{\text{epi}} < 2.0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$), the ratio between the thermal and epithermal neutron flux ($\Phi_{\text{th}}/\Phi_{\text{epi}} < 0.05$ and the ratio between the current and flux of the epithermal neutron ($J/\Phi_{\text{epi}} > 0.7$). Based on the results of the optimization of the modeling, the materials and sizes of the collimator construction obtained were 0.75 cm Ni as collimator wall, 22 cm Al as a moderator and 4.5 cm Bi as a gamma shield. The outputs of the radiation beam generated from collimator modeling of the radial beam port were $\Phi_{\text{epi}} = 5.25$

$\times 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, $\dot{\Phi}_f/\Phi_{\text{epi}} = 1.17 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\dot{\Phi}_\gamma/\Phi_{\text{epi}} = 1.70 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\Phi_{\text{th}}/\Phi_{\text{epi}} = 1.51$ and $J/\Phi_{\text{epi}} = 0.731$. Based on this study, the results of the beam radiation coming out of the radial beam port did not fully meet the criteria recommended by the IAEA so need to continue this study to get the criteria of IAEA.

Keywords: BNCT, radial beamport, MCNP 5, collimator

PENDAHULUAN

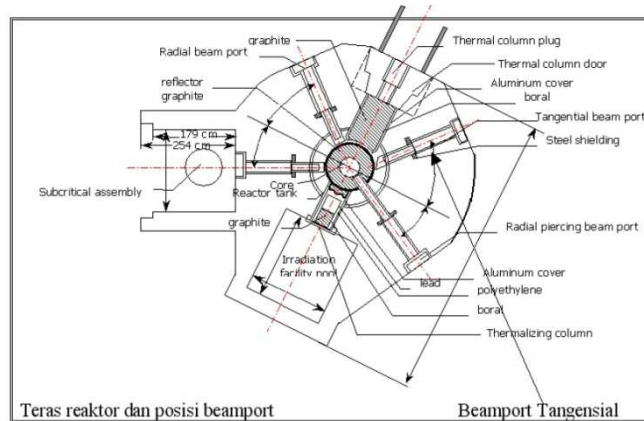
Kanker merupakan penyebab kematian kedua di dunia untuk penyakit tidak menular. Di Indonesia, salah satu dari negara berkembang, telah banyak yang menjadi korban akibat penyakit kanker. Berdasarkan data dari *World Health Organization* yang dipublikasikan dalam buku *World Health Statistic*, ada kurang lebih 165 orang meninggal untuk setiap 100.000 populasi dikarenakan penyakit kanker [1]. Salah satu terapi kanker yang sedang berkembang saat ini yaitu BNCT yang memanfaatkan tangkapan neutron termal oleh isotop ^{10}B . Sebenarnya tidak hanya ^{10}B yang memiliki kecenderungan menyerap neutron termal. Terdapat nuklida selain ^{10}B untuk BNCT yang memiliki tampang lintang serapan yang lebih tinggi yaitu isotop ^{157}Gd . Namun, berdasarkan penelitian Cheng et al. (1995) kelemahan dari reaksi $^{157}\text{Gd}(n,\gamma)$ melalui terapi GdNCT (*Gadolinium Neutron Capture Therapy*) adalah produk hasil reaksi yang dipancarkan tidak selektif pada tingkatan sel sehingga dapat terjadi kerusakan pada sel sehat [2].

BNCT memanfaatkan nuklida stabil ^{10}B untuk menangkap neutron melalui reaksi $^{10}\text{B}(n,\alpha)^7\text{Li}$. Proses infusi nuklida stabil ^{10}B ke dalam tubuh sangat berpengaruh terhadap jumlahnya yang terakumulasi ke dalam sel kanker. Tipe penyuntikan yang telah ada adalah *intravena* (i.v.) dan *intracarotidly* (i.c.). *Intravena* merupakan penyuntikan senyawa yang mengandung ^{10}B melalui pembuluh vena sedangkan penyuntikan secara *intracarotidly* merupakan penyuntikan senyawa yang mengandung ^{10}B melalui arteri carotid internal. Penyuntikan dengan i.v. diperoleh rasio antara konsentrasi boron di sel kanker dan di darah adalah 3,5:1. Sedangkan untuk metode infusi i.c. menghasilkan rasio yang jauh lebih besar yaitu 10:1 [3]. Setelah ^{10}B bereaksi dengan neutron termal maka menjadi ^{11}B dalam keadaan yang tidak stabil dan untuk menuju stabil maka meluruh dalam waktu 10-12 detik lalu menghasilkan partikel α , ^7Li dan sinar gamma dengan energinya masing-masing adalah sekitar 1,47 MeV, 0,84 MeV dan 0,48 MeV. Partikel α dan ^7Li memiliki *Linear Energy Transfer* (LET) yang tinggi, masing-masing adalah 196 keV/ μm dan 162 keV/ μm . Jangkauan dari kedua partikel ini masing-masing berjarak 9 μm dan 5 μm sehingga iradiasi dapat secara selektif pada sel yang mengandung ^{10}B [4]. Ada dua jenis neutron yang dapat digunakan sebagai sumber neutron dalam BNCT yaitu neutron termal dan epitermal. Neutron termal biasanya digunakan untuk sel kanker yang terletak di permukaan kulit (*superficial*) sedangkan untuk neutron epitermal digunakan pada daerah sel kanker yang lebih dalam yaitu 8 sampai 10 cm dari permukaan kulit karena akan termoderasi terlebih dahulu oleh jaringan tubuh sehingga ketika mencapai sel kanker sudah dalam bentuk neutron termal [5].

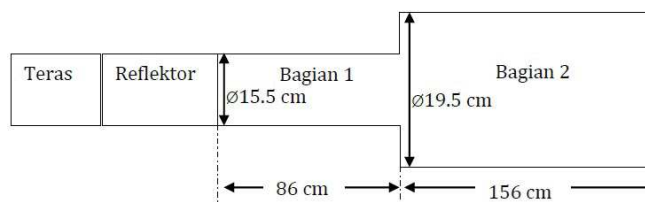
Reaktor Kartini beroperasi pada daya 100 kW dan memiliki enam saluran yang langsung terhubung dengan inti reaktor untuk melewati neutron keluar, salah satunya yaitu saluran *radial beam port*. Saat ini, saluran *radial beam port* belum dimanfaatkan sebagai sumber neutron untuk BNCT. Oleh karena itu perlu dilakukan optimasi desain kolimator pada saluran *radial beam port* dengan melakukan pemodelan kolimator menggunakan simulasi *Monte Carlo N-Particle* versi 5 (MCNP 5) dengan hasil keluaran berupa berkas radiasi yang mengacu pada rekomendasi *International Atomic Energy Agency* (IAEA) untuk pemanfaatan sebagai sumber neutron untuk BNCT.

METODOLOGI

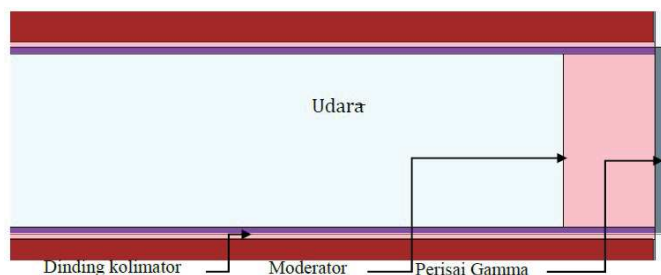
Penelitian dilakukan pada saluran *radial beam port* reaktor Kartini yang posisinya ditunjukkan pada Gambar 1, 2 dan 3.



Gambar 1. Tampak atas irisan reaktor Kartini [5]



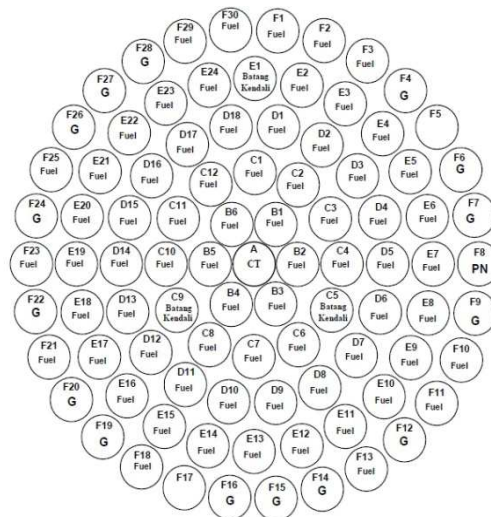
Gambar 2. Dimensi *radial beam port*



Gambar 3. Bagian-bagian kolimator yang dioptimasi.

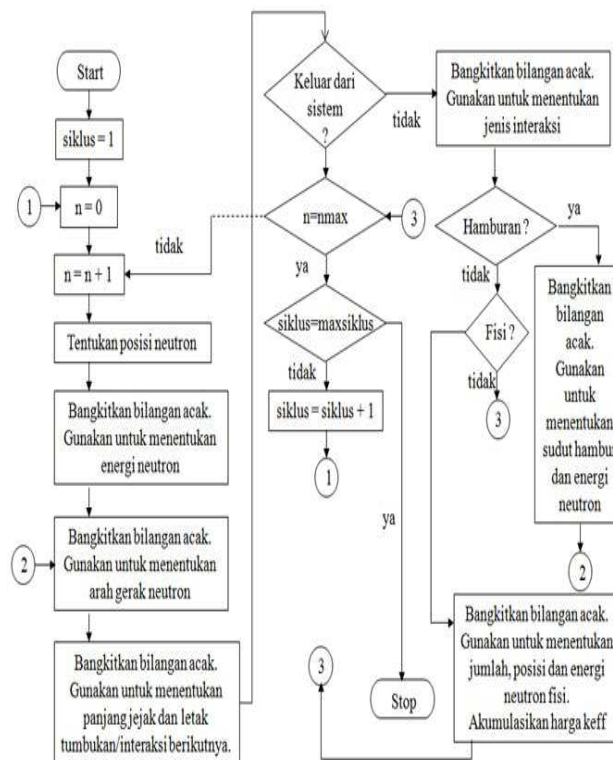
Pemodelan Reaktor Kartini

Spesifikasi dari reaktor Kartini mengikuti data-data yang didokumentasikan didalam buku pedoman Laporan Analisis Keselamatan (LAK). Reaktor Kartini dimodelkan sebagai sumber neutron yang akan digunakan selanjutnya pada kolimator. Pada tahap ini, ukuran-ukuran dari teras reaktor yang berbentuk silinder dengan struktur penyusunnya dimodelkan atas komponen-komponen utamanya yaitu elemen bakar, elemen grafit (*dummy*), central thimble, dan batang kendali. Komponen tersebut tersebar pada teras reaktor yang tersusun dalam enam daerah (ring A, B, C, D, E dan F) sehingga membentuk sebuah silinder seperti yang ditunjukkan pada Gambar 4.



Gambar 4. Konfigurasi teras reaktor [6].

Setelah dimodelkan teras reaktornya maka selanjutnya dilakukan perhitungan kekritisan. Perhitungan kekritisan dilakukan pada daya tetap reaktor 100 kW. Diagram alir perhitungan kekritisan reaktor adalah seperti ditunjukkan pada Gambar 5.



Gambar 5. Diagram alir simulasi MCNP 5 [7].

Pemodelan Dinding Kolimator

Penggunaan kolimator adalah untuk merefleksikan neutron sehingga dapat menaikkan intensitas berkas neutron pada ujung kolimator. Material yang digunakan adalah material yang mempunyai tampang lintang hamburan dan massa atom relatif yang besar. Beberapa kandidat material yang cocok di antaranya adalah Ni, Pb, Bi dan PbF_2 [5, 8, 9]. Pada penelitian ini, pengujian tiap material dilakukandengan variasi ketebalan tiap 0,25 cm sampai dengan 3 cm untuk memperoleh data yang

optimal. Optimasi ini ditujukan untuk mendapatkan fluks neutron epitermal sebesar-besarnya sehingga diharapkan sesuai dengan syarat IAEA untuk BNCT yaitu $> 1.0 \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ [4].

Pemodelan Moderator

Moderasi neutron cepat yang paling baik adalah bahan yang mampu menurunkan rasio antara laju dosis neutron cepat dan fluks neutron epitermal ($\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}}$) secara optimal. Material yang dipilih adalah material yang memilikiampang lintang miroskopik lebih besar pada rentang energi neutron cepat dibandingkan pada rentang energi neutron epitermal. Beberapa material yang diujikan adalah Al, Al₂O₃ dan AlF₃ [5, 8, 9]. Pada penelitian ini, pengujian tiap material dilakukan dengan variasi ketebalan Al 22 cm, Al₂O₃ 16 cm, AlF₃ 15 cm, S 27 cm, Al₂S₃ 27 cm dan grafit 8 cm untuk memperoleh data yang optimal. Optimasi ini ditujukan untuk mendapatkan nilai $\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}}$ serendah-rendahnya sehingga diharapkan sesuai dengan syarat IAEA untuk BNCT yaitu $< 2.0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ [4].

Pemodelan Perisai Gamma

Setelah material moderator didapatkan, maka tahap selanjutnya yaitu pemasangan perisai gamma. Perisai gamma berfungsi untuk menghalangi sinar gamma yang keluar dari ujung radial beam port. Material perisai gamma yang diujikan adalah Pb dan Bi [5, 8, 9]. Material yang terpilih nantinya adalah material yang dapat menurunkan rasio antara laju dosis gamma dan fluks neutron epitermal ($D_\gamma/\Phi_{\text{epi}}$) secara optimal. Pada tahap ini optimasi dilakukan untuk mendapatkan $D_\gamma/\Phi_{\text{epi}}$ serendah-rendahnya sehingga diharapkan sesuai dengan syarat IAEA untuk BNCT yaitu $< 2.0 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ [4]. Untuk ketebalan material Pb 4, 5 cm dan Bi 4,5 cm menghasilkan $2 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$.

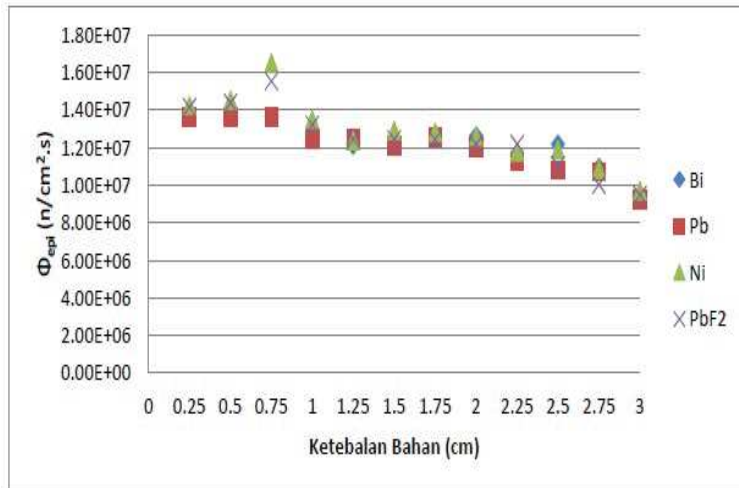
HASIL DAN PEMBAHASAN

Validasi Pemodelan Reaktor Kartini

Perhitungan kritikalitas menggunakan MCNP 5 memberikan hasil $k_{\text{eff}} 1,0075 \pm 0,0009$ dengan posisi batang kendali pengaman 100%, kompensasi 50% dan pengatur 45%. Hasil k_{eff} tersebut mendekati dan masih dalam rentang standar deviasi dengan nilai kritikalitas yang diharapkan yaitu $1,000 \pm 0,010$. Nilai fluks neutron yang terukur pada ring yang fluks neutrontya tertinggi yaitu ring B adalah $1,34 \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, sedangkan pada kondisi sebenarnya adalah $1,24 \times 10^{12} \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$ [9]. Penyimpangan nilai ini disebabkan oleh beberapa faktor diantaranya pemodelan reaktor tidak sama persis dan kondisi material yang digunakan dalam keadaan ideal (baru). Meskipun begitu, simulasi menggunakan MCNP ini masih bisa digunakan sebagai pendekatan dalam pemodelan kolimator karena *burn up* dan produksi fisi bahan bakar reaktor Kartini sangat kecil dikarenakan dayanya hanya 100 kW dan waktu operasinya tidak kontinyu.

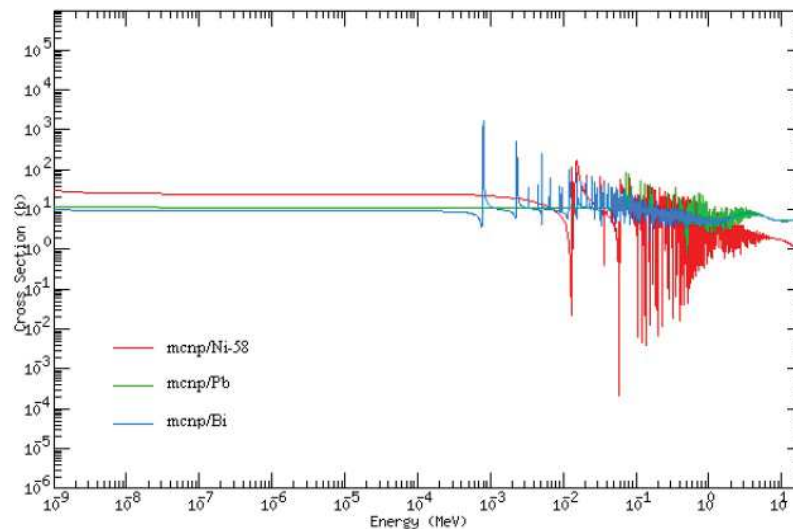
Optimasi Dinding Kolimator

Dinding kolimator difungsikan sebagai reflektor neutron sebagai usaha untuk meningkatkan fluks neutron epitermal. Hasil simulasi pada bahan uji dinding kolimator dengan ketebalannya adalah seperti pada Gambar 6.



Gambar 6. Fluks neutron epitermal pada bahan uji dengan ketebalannya.

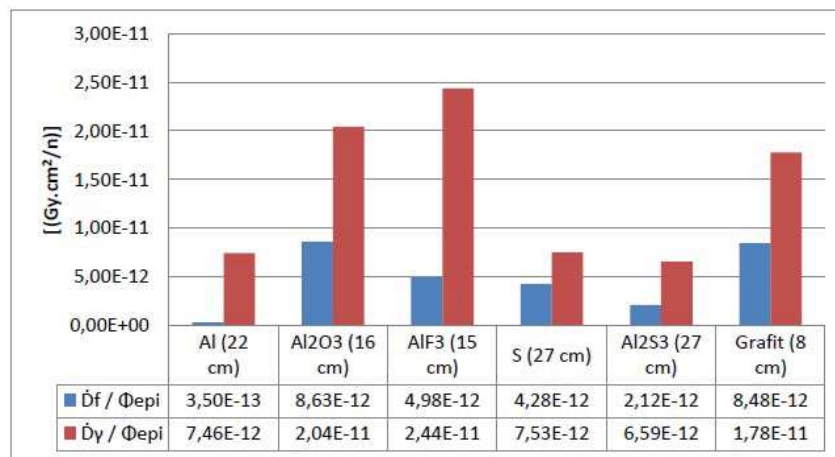
Gambar 6 menunjukkan bahwa bahan uji Ni adalah bahan yang paling baik untuk dijadikan sebagai dinding kolimator karena kemampuannya dalam meningkatkan fluks neutron epitermalnya. Berdasarkan gambar tersebut didapatkan material yang paling baik untuk meningkatkan nilai fluks epitermal tertinggi adalah material Ni dengan ketebalan 0,75 cm. Hal tersebut sesuai dengan tampang lintang mikroskopik hamburan elastis yang dimiliki oleh Ni-58 yang merupakan isotop terbesar dari Ni alam yang nilainya lebih besar dibandingkan dengan material yang lain seperti yang ditunjukkan pada Gambar 7.



Gambar 7. Tampang lintang mikroskopik hamburan ⁵⁸Ni, Pb dan Bi [10].

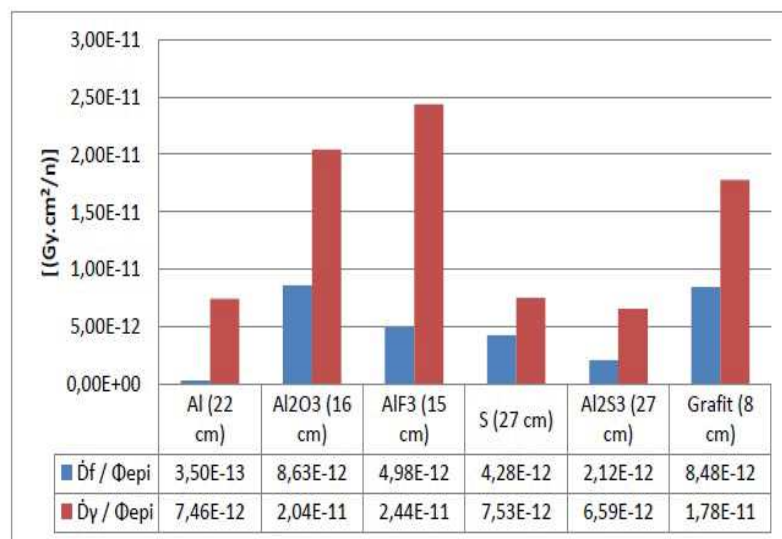
Optimasi Moderator

Moderator difungsikan untuk menurunkan rasio antara laju dosis neutron cepat dan fluks neutron epitermal (\dot{D}_f/Φ_{epi}) secara optimal. Diantara material yang diujikan sebagai moderator, hasil yang paling optimal didapatkan dengan menggunakan material Al dengan ketebalan 22 cm dibandingkan dengan jenis material lain dengan ketebalannya masing-masing. Hal itu ditunjukkan seperti pada Gambar 8.



Gambar 8. \dot{D}_f/Φ_{pi} dan \dot{D}_γ/Φ_{pi} optimal dari tiap moderator dengan ketebalannya.

Namun, hasil optimasi seperti pada Gambar 8 harus dibandingkan kembali dengan nilai fluks epitermalnya seperti pada Gambar 9 sehingga mendapatkan hasil yang optimal untuk keseluruhan parameter ukur untuk BNCT.



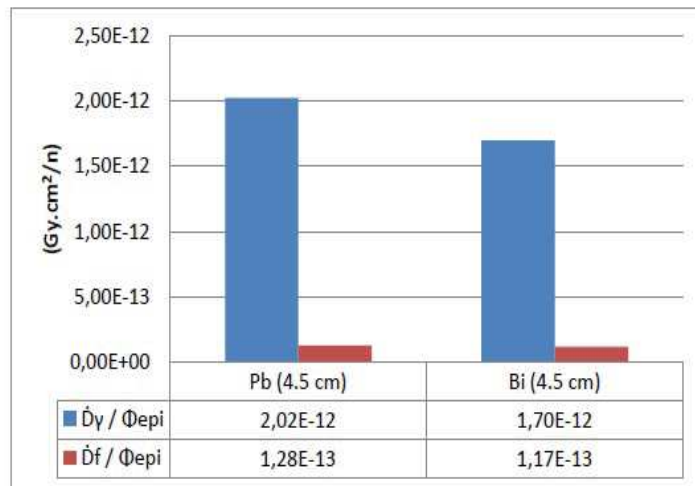
Gambar 9. Fluks epitermal terhadap moderator dengan ketebalannya.

Berdasarkan Gambar 8 dan 9 yaitu material yang menjadi moderator terbaik adalah Al dengan ketebalan 22 cm karena mampu menurunkan \dot{D}_f/Φ_{pi} paling rendah hingga $3,50 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2/\text{n}$. Namun, apabila dilihat dari parameter \dot{D}_γ/Φ_{pi} , Al2S3 dengan ketebalan 27 cm adalah material yang paling baik karena lebih rendah dibanding Al yaitu $6,59 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2/\text{n}$. Oleh karena itu perlu dibandingkan pula dengan Φ_{pi} terhadap material uji moderator dengan ketebalannya. Hasilnya, material Al mampu melewati fluks neutron epitermal lebih besar dibandingkan Al2S3 yaitu sebesar $8,91 \times 10^6 \text{ n.cm}^2.\text{s}^{-1}$. Hal inilah yang menyebabkan Al menjadi material terpilih sebagai moderator meskipun \dot{D}_γ/Φ_{pi} relatif lebih tinggi dibandingkan Al2S3. Oleh sebab itu, perlu dilakukan optimasi kembali pada pemilihan material perisai gamma.

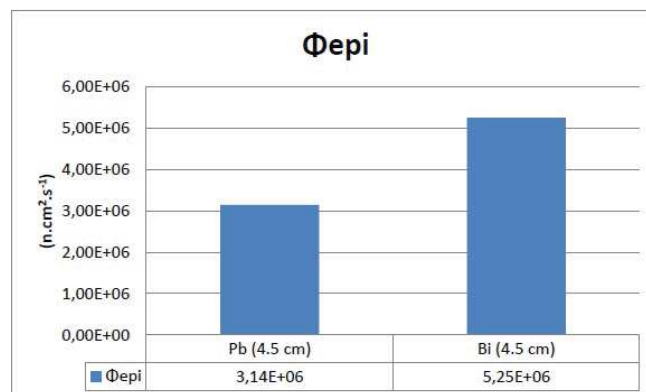
Optimasi Perisai Gamma

Salah satu dampak dari adanya serapan neutron adalah radiasi gamma yang mempunyai daya tembus yang tinggi sehingga dibutuhkan perisai gamma untuk mengurangi kontaminasi dosis gamma pada neutron epitermal dengan kata lain mengurangi rasio antara laju dosis gamma dan fluks neutron

epitermal. Perisai gamma yang baik adalah material yang mempunyai koefisien atenuasi yang besar. Koefisien ini sebanding dengan densitas bahan sehingga diperlukan bahan yang mempunyai densitas massa yang besar. Oleh karena itu, material yang diujikan untuk perisai gamma adalah Pb dan Bi. Hasil pengukuran perisai gamma oleh material Pb dan Bi dengan variasi ketebalan dari 0,5 cm sampai 5 cm yang diperoleh setelah dilakukan simulasi MCNP 5 diperoleh ketebalan optimum 4,5 cm yang ditunjukkan pada Gambar 10 dan 11.

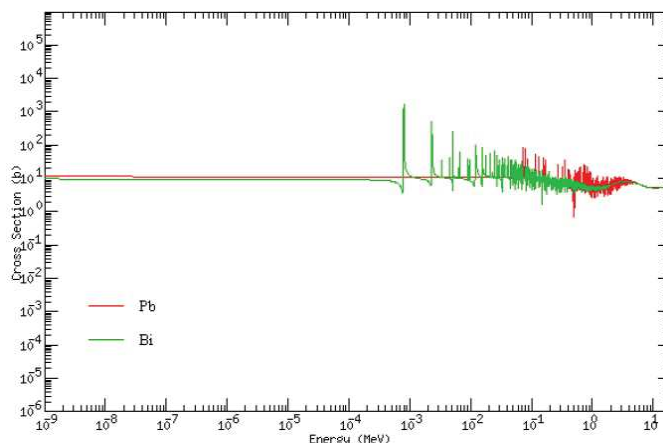


Gambar 10. $\dot{D}_\gamma/\Phi_{epi}$ dan \dot{D}_f/Φ_{epi} optimal terhadap material uji perisai gamma dengan ketebalannya.



Gambar 11. Fluks epitermal terhadap material uji perisai gamma dengan ketebalannya.

Pada Gambar 10 dan 11 bahwa ketebalan 4,5 cm untuk bahan Pb dan Bi memberikan $\dot{D}_\gamma/\Phi_{epi}$ masing-masing adalah $2,02 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ dan $1,70 \times 10^{-12} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ serta memberikan \dot{D}_f/Φ_{epi} masing-masing adalah $1,28 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ dan $1,17 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$. Hasil penelitian mengacu pada kriteria IAEA yang merekomendasikan bahwa kedua parameter tersebut ($\dot{D}_\gamma/\Phi_{epi}$ dan \dot{D}_f/Φ_{epi}) masing-masing bernilai kurang dari $2 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$. Bi memberikan nilai $\dot{D}_\gamma/\Phi_{epi}$ dan \dot{D}_f/Φ_{epi} terendah. Namun, hanya satu parameter yang sesuai yaitu $\dot{D}_f/\Phi_{epi} < 2 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$ [11]. Gambar 11 menunjukkan bahwa material Bi lebih optimal untuk melewati fluks neutron epitermal dibandingkan dengan Pb. Hal tersebut sesuai dengan tampang lintang mikroskopik totalnya seperti pada Gambar 12.



Gambar. 12 Tampang lintang mikroskopik total material uji perisai gamma [10].

Semua jenis material sebagai pendukung bahan kolimator baik dinding kolimator, moderator dan aperture yaitu Bi, Pb, Ni, PbF_2 , Al_2O_3 , AlF_3 , S, Al_2S_3 dan grafit maka bahan nikel adalah yang memenuhi untuk digunakan sebagai dinding kolimator dan material jenis Al sebagai moderator serta bismuth sebagai perisai gamma. Jenis material-material tersebut mudah didapat di pasaran dan harganya mudah terjangkau.

KESIMPULAN

Pemodelan kolimator pada radial beam port reaktor Kartini dilakukan dengan pengujian secara bertahap untuk masing-masing bagian kolimator. Hasil uji optimasi dari material, geometri dan dimensi penyusun kolimator didapatkan bahwa tebal dinding kolimator 0,75 cm dengan material Ni, tebal moderator 22 cm dengan material Al, tebal perisai gamma 4,5 cm dengan material Bi. Hasil akhir keluaran berkas radiasi dari kolimator adalah $\Phi_{\text{epi}} = 5,25 \times 10^6 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$, $\dot{D}_f/\Phi_{\text{epi}} = 1,17 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\dot{D}_\gamma/\Phi_{\text{epi}} = 1,70 \times 10^{-13} \text{ Gy.cm}^2.\text{n}^{-1}$, $\Phi_{\text{th}}/\Phi_{\text{epi}} = 1,51$ dan $J/\Phi_{\text{epi}} = 0,73$. Berdasarkan penelitian ini, hasil berkas radiasi yang keluar dari *radial beam port* tidak sepenuhnya memenuhi kriteria yang direkomendasikan oleh IAEA [3,12] sehingga diperlukan optimasi lebih lanjut terhadap parameter berkas radiasi yang belum memenuhi syarat dengan memvariasi terhadap jenis material, geometri dan dimensi penyusun kolimator.

SARAN

1. Perlu dilakukannya pencarian material dinding kolimator yang memilikiampang lintang mikroskopik hamburan elastik yang lebih besar dari Ni, Pb, Bi dan PbF_2 agar fluks neutron epitermal yang keluar dari ujung beam port memenuhi rekomendasi IAEA yaitu lebih besar dari $1 \times 10^9 \text{ n.cm}^{-2}.\text{s}^{-1}$.
2. Perlu adanya pencarian material moderator selain Al, S, Al_2O_3 , AlF_3 , Al_2S_3 , Grafit atau kombinasi daripadanya yang memilikiampang lintang mikroskopik total bernilai besar pada rentang energi cepat ($> 10 \text{ keV}$) dan rendah pada rentang energi epitermal ($0,5 \text{ eV} < E < 10 \text{ keV}$) sehingga dapat menghasilkan laju dosis neutron cepat per fluks neutron epitermal serendah-rendahnya dengan melewati fluks neutron epitermal sebesar-besarnya dan memenuhi kriteria IAEA.
3. Perlu dicari kembali material perisai gamma selain Bi yang memiliki serapan gamma lebih besar tetapi serapan neutron epitermal serendah-rendahnya.

UCAPAN TERIMAKASIH

Penulis mengucapkan terimakasih kepada Dr. Ir. Agus Arif, M.T. yang telah memberikan saran untuk perbaikan isi dan tulisan beserta seluruh anggota tim konsorsium riset insentif SINas Kementerian Riset dan Teknologi Republik Indonesia yang berjudul "Pengembangan Teknologi dan Aplikasi Boron Neutron *Capture Cancer Therapy* dengan *Compact Neutron Generator*".

DAFTAR PUSTAKA

1. World Health Organization, 2013, World health statistics 2013. Available from: hyperlink http://www.who.int/gho/publications/world_health_statistics/2013/en/. Accessed 5 Juli 2014.
2. Tiyaun, K. Epithermal neutron beam design at the Oregon State University TRIGA MARK II reactor (OSTR) based on Monte Carlo Methods. *Thesis.*, Oregon State University, Corvallis; 1997
3. Rorer, D.A., Wambersie, G., Whitmore, R., Zamenhof, V., Levin, P., Andreo, dan Dodd, B. Current status of neutron capture therapy. A technical document, IAEA-TECDOC-1223, IAEA, Vienna; 2001.
4. Sauerwein, W., dan Moss, R. Requirement for boron neutron capture therapy (BNCT) at a nuclear research reactor. The European BNCT Project, Belanda; 2009
5. Ilma, M. Perancangan kolimator di beam port tembus reaktor Kartini untuk boron neutron capture therapy. Skripsi, Jurusan Teknik Fisika, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta; 2013.
6. BATAN. Laporan analisis keselamatan reaktor Kartini. Dokumen Teknis, C7/05/B2/LAK/2005, Pusat Teknologi Akselerator dan Proses Bahan Badan Tenaga Nuklir Nasional, Yogyakarta; 2005
7. Yazid, P.I. Monte Carlo N-Particle transport system slides. Badan Pengawas Tenaga Nuklir (BAPETEN), Jakarta; 2013.
8. Wolfgang A.G. Sauerwein, Andrea Wittig Raymond Moss, Yoshinobu Nakagawa. Neutron capture therapy principles and applications. Department of Radiotherapy and Radiation Oncology Philipps-University Marburg, Marburg Germany Springer-Verlag Berlin Heidelberg; 2012.
9. Fauziah, N. A conceptual design of neutron collimator in thermal column of Kartini research reactor for boron neutron capture therapy. Skripsi, Jurusan Teknik Fisika, Universitas Gadjah Mada, Yogyakarta; 2013.
10. Korea Atomic Energy Research Institute, 2000. Table of Nuclides and Cross Section Plotter. Available from: hyperlink "<http://atom.kaeri.re.kr/>" <http://atom.kaeri.re.kr/> . Accessed 5 Juli 2014.
11. K SKÖLD, T Gorlia, L Pellettieri, V Giusti . Boron Neutron Capture Therapy for Newly Diagnosed Glioblastoma Multiforme: an Assessment of Clinical Potential . The British Journal of Radiology. 2010; 83:597.
12. Tetsuya Mukawa, Tetsuo Matsumoto, dan Koji Niita. Study on microdosimetry for boron neutron capture therapy. Progress in Nuclear Science and Technology. 2011; 2: 242.